ACNS
CCSN

Advisory Committee on Nuclear Safety
Comité consultatif de la sûreté nucléaire

Advisory Committees of the Atomic Energy Control Board of Canada — Secretariat: Ottawa, Canada K1P 5S9
Comités consultatifs de la Commission de contrôle de l'énergie atomique du Canada — Secrétariat: Ottawa, Canada K1P 5S9

## COMMITTEE REPORTS

Since the 1950's the Atomic Energy Control Board has made use of advisory committees of independent experts to assist it in its decision-making process. In 1979 the Board restructured the organization of these consultative groups, resulting in the creation of two senior level scientific committees charged with providing the Board with independent advice on principles, standards and general practices related to radiation protection and the safety of nuclear facilities. The two committees are the Advisory Committee on Radiological Protection (ACRP), formed in 1979, and the Advisory Committee on Nuclear Safety (ACNS), which was established a year later. Summaries of meetings of the committees are available to the public in the AECB library in Ottawa.

From time to time the committees issue reports which are normally published by the AECB and catalogued within the AECB's public document system. Committee reports, bound with a distinctive cover, carry both a committee-designated reference number, e.g. ACRP-1, and an AECB reference number in the "INFO" series. The reports generally fall into two broad categories: (i) recommendations to the Board on a particular technical topic, and (ii) background studies. **Unless specifically stated otherwise, publication by the AECB of a committee report does not imply endorsement by the Board of the content, nor acceptance of any recommendations made therein.**

## RAPPORTS DES COMITÉS

Depuis les années cinquante, la Commission de contrôle de l'énergie atomique fait appel à des comités consultatifs composés d'experts indépendants pour l'aider dans ses prises de décision. En 1979, la CCEA a restructuré l'organisation de ces groupes de consultation pour former deux comités scientifiques supérieurs chargés de lui fournir des conseils indépendants concernant les principes, les normes et les méthodes générales touchant la radioprotection et la sûreté des installations nucléaires : ce sont le Comité consultatif de la radioprotection (CCRP), formé en 1979, et le Comité consultatif de la sûreté nucléaire (CCSN), établi l'année suivante. Le public peut consulter les comptes rendus des réunions de ces comités à la bibliothèque de la CCEA, à Ottawa.

Les comités rédigent à l'occasion des rapports qui sont normalement publiés par la CCEA et catalogués dans la collection des documents publics de la CCEA. Reliés avec une couverture distincte, les rapports des comités se reconnaissent à leur numéro de référence du comité d'origine (comme CCRP-1) et à leur numéro de référence de la CCEA dans la série «INFO». Ils se divisent habituellement en deux catégories générales : (i) les recommandations présentées à la Commission au sujet d'une question technique particulière; (ii) les études générales. **À moins d'indication contraire, la publication par la CCEA du rapport d'un comité ne signifie pas que la Commission approuve le contenu de la publication, ni qu'elle en accepte les recommandations.**

INFO-0388(F)

ACNS Advisory Committee on Nuclear Safety
CCSN Comité consultatif de la sûreté nucléaire

Reply to/Répondre à:

File/Référence:

CCSN-14

# OBJECTIFS, PRINCIPES ET EXIGENCES DE SÛRETÉ RECOMMANDÉS POUR LES MINI-RÉACTEURS

par le

Comité consultatif de la sûreté nucléaire

Mai 1991

**Résumé**

Le CCSN a passé en revue les publications canadiennes et internationales faisant état des objectifs, des principes et des exigences relatifs à la sûreté des installations nucléaires en général, et plus particulièrement des centrales nucléaires, afin de déterminer dans quelle mesure ils pouvaient également s'appliquer aux mini-réacteurs. La plupart des recommandations, sous réserve parfois de légères modifications au libellé, peuvent s'appliquer aux mini-réacteurs. Toutefois, certaines exigences normatives concernant les systèmes d'arrêt, de refroidissement d'urgence du coeur et de confinement des réacteurs de puissance ne conviennent pas aux mini-réacteurs.

Le CCSN favorise une approche généralement non normative, en vertu de laquelle le demandeur d'un permis d'exploitation d'un mini-réacteur serait libre de proposer son propre plan pour satisfaire aux objectifs fondamentaux; il devrait toutefois convaincre l'organisme de réglementation que ces objectifs seront atteints. Pour ce faire, une évaluation probabiliste de la sûreté serait préconisée. Il serait acceptable de procéder à une évaluation probabiliste générique pour tous les mini-réacteurs de même conception.

Nonobstant ce qui précède, le CCSN estime qu'il serait prudent d'exiger la mise en place d'au moins un système d'arrêt indépendant et de deux emplacements physiquement indépendants d'où il serait possible de provoquer l'arrêt du réacteur et de surveiller les conditions en période d'arrêt; il faudrait également, à moins que des arguments convaincants dans le sens contraire ne puissent être présentés, exiger des dispositions en cas de perte d'intégrité de l'enveloppe du système primaire de refroidissement.

Le CCSN souscrit de façon générale aux objectifs et aux principes fondamentaux proposés par le Groupe de travail mixte sur les critères de sûreté pour petits réacteurs et il a l'intention d'examiner et de commenter les documents sur les applications particulières qui seront préparés par ce groupe de travail.

Ce document a été approuvé par
la CCEA pour publication en
novembre 1990, mais il a été
révisé avant sa publication
en avril 1991.

## TABLE DES MATIÈRES


Page

Résumé

Table des matières

1. INTRODUCTION ..... 1

2. APPROCHE DU CCSN ..... 2

3. DOCUMENTATION PERTINENTE ..... 2

4. OBJECTIFS, PRINCIPES ET EXIGENCES DE SÛRETÉ ..... 4

4.1 Ensemble des installations nucléaires ..... 4

4.2 Réacteurs nucléaires ..... 5

4.3 Révisions mineures et commentaires ..... 6

4.4 Questions de fond ..... 7

4.4.1 Système d'arrêt ..... 7

4.4.2 Circuit de refroidissement d'urgence du coeur ..... 8

4.4.3 Confinement ..... 8

4.4.4 Systèmes spéciaux de sûreté ..... 8

4.4.5 Approche générale ..... 9

5. GROUPE DE TRAVAIL MIXTE SUR LES CRITERES DES PETITS RÉACTEURS ..... 10

6. CONCLUSIONS ..... 14

Références ..... 16

Remerciements ..... 18

# OBJECTIFS, PRINCIPES ET EXIGENCES DE SURETÉ RECOMMANDÉS POUR LES MINI-RÉACTEURS

## 1. INTRODUCTION

De la fin des années 1950 au milieu des années 1980, environ 300 petits réacteurs nucléaires, c'est-à-dire des réacteurs d'une puissance thermique d'au plus quelques dizaines de mégawatts (désignés ci-après "mini-réacteurs"), ont été installés dans le monde entier. Bon nombre d'entre eux étaient des réacteurs de recherche. Durant cette même période, sept très petits (environ 20 kW) réacteurs de recherche SLOWPOKE-2 ont été mis en place au Canada, dans les universités et les laboratoires gouvernementaux. Ajoutons à cela le réacteur de recherche de 5 MW de McMaster University, qui a été mis en service en 1959, et les quatre réacteurs de recherche mis en service par Énergie atomique du Canada Limitée (EACL), soit le NRU de 200 MW en 1957, le PTR de 100 W en 1957, le ZED-2 d'énergie nulle en 1960, tous trois aux Laboratoires nucléaires de Chalk River, et le WR-1 de 60 MW en 1965 à l'Établissement de recherches nucléaires de Whiteshell.

Depuis le milieu des années 1980, on note un intérêt croissant, en particulier dans les pays en voie de développement, pour les mini-réacteurs de recherche et aussi, quoique dans une moindre mesure, pour les mini-réacteurs comme petites sources d'énergie. Au Canada, des études sont déjà en cours, ou des plans définis ont été élaborés, au moins dans les cas suivants [1] :

(1) Un nouveau modèle à fins multiples, destiné à la fois à la recherche et à la production de radio-isotopes, désigné MAPLE. Le premier modèle, MAPLE X-10, devrait remplacer le réacteur NRX aux Laboratoires de Chalk River de l'EACL.

(2) Un système de production d'énergie, basé sur le concept SLOWPOKE et pouvant être commandé à distance, pour la production de chaleur ou d'électricité. Un prototype a été construit à Whiteshell.

(3) Un projet de réacteur nommé AMPS devant alimenter un petit sous-marin de recherche et d'exploration, le SAGA-N.

Au Canada, les exigences de sûreté applicables aux mini-réacteurs, en particulier les réacteurs destinés à la recherche, ont été définies par bribes par l'EACL et la CCEA depuis les années 1950. Il est maintenant temps de déterminer de façon systématique quels objectifs, principes et normes de sûreté doivent réglementer la certification des mini-réacteurs. Cet examen doit se faire en tenant compte des utilisations, des conceptions et des conditions d'exploitation très variées des divers mini-réacteurs, ainsi que des différences entre les mini-réacteurs et les réacteurs de grande puissance.

## 2. APPROCHE DU CCSN

À l'origine, le CCSN était d'avis qu'il fallait définir des objectifs, des principes et des exigences propres aux mini-réacteurs, sans faire référence à ceux qui sont valables pour les réacteurs de puissance. Il s'est toutefois rendu compte que ces deux types de réacteurs avaient beaucoup plus de points en commun qu'ils ne présentaient de différences. Le CCSN a donc décidé de revoir en détail toute la documentation existante traitant des objectifs, des principes et des exigences relatifs aux réacteurs de puissance. Il a cherché à déterminer dans quelle mesure ceux-ci pouvaient s'appliquer aux mini-réacteurs et dans quelle mesure des modifications et ajouts seraient souhaitables. Les sections 3 et 4 présentent respectivement un résumé et une discussion de la documentation étudiée.

Parallèlement à l'étude menée par le CCSN, un groupe de travail sur les critères de sûreté pour petits réacteurs (CPR), composé de représentants de la CCEA, de l'EACL et de McMaster University, a élaboré des critères de sûreté pour les petits réacteurs [1]. En octobre 1989, le CCSN et le groupe de travail CPR se sont réunis pour échanger leurs points de vue sur la question. Le CCSN y a alors présenté le document de travail dont il est question à la section 4, alors que le groupe de travail a discuté la version préliminaire d'un mémoire devant être présenté à un colloque international la semaine suivante. Les commentaires du CCSN sur ce mémoire, ainsi que ses projets d'activités futures définies à la suite de la réunion, sont présentés à la section 5.

Enfin, la section 6 résume toutes les conclusions et recommandations formulées par le CCSN.

## 3. DOCUMENTATION PERTINENTE

Comme le décrivent Atchison et ses collègues [2], les permis d'exploitation pour les réacteurs de grande puissance au Canada ont été accordés à la suite d'évaluations basées sur une combinaison des approches probabiliste et déterministe. À l'origine, Siddall [3] et Laurence [4] ont proposé de choisir des critères réglementaires tels que les risques associés à la production d'électricité par voie nucléaire soient moindres que les risques associés à tout autre mode de production d'électricité, et ils ont ensuite déduit les limites d'indisponibilité pour les composants du réacteur. Par la suite, diverses exigences déterministes ont été introduites, concernant notamment les systèmes de confinement et les deux systèmes d'arrêt indépendants. La tendance actuelle favorise l'adoption d'une approche probabiliste, l'évaluation probabiliste de la sûreté étant utilisée à titre provisoire pour la certification des réacteurs CANDU à Darlington [5].

En 1982, le Comité consultatif de la sûreté nucléaire (CCSN) de la CCEA publiait, dans son rapport CCSN-2 [6], ses recommandations concernant les objectifs généraux de sûreté applicables à toutes les activités nucléaires. Ces objectifs ont par la suite été acceptés par la Commission de contrôle de l'énergie atomique. Nous verrons un peu plus loin que le rapport CCSN-2 repose sur une approche fondée sur les risques.

Faisant référence spécifiquement aux centrales nucléaires, le CCSN proposait, dans son rapport CCSN-4 [7], des critères probabilistes; cependant, il recommandait également le maintien d'un certain nombre des exigences déterministes comme moyen de satisfaire aux critères probabilistes. L'introduction de ce rapport précise en termes clairs que les recommandations se limitent aux *«centrales nucléaires CANDU»*, c'est-à-dire aux grands réacteurs d'une puissance thermique de 100 MW ou plus; elles n'avaient donc pas été conçues pour les mini-réacteurs.

En 1988, l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) publiait une brochure intitulée «Principes fondamentaux de sûreté pour les centrales nucléaires» [8], par l'entremise du INSAG (Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire), un groupe international composé de spécialistes chevronnés en sûreté nucléaire appartenant aux secteurs de l'industrie, de la recherche, de l'éducation et de la réglementation. Cette publication, communément appelée INSAG-3, résume les recommandations de cet organisme en un tableau structuré d'objectifs et de principes. Le CCSN a examiné le rapport INSAG-3 et a tiré les conclusions [9] suivantes :

- *«Les objectifs de sûreté du rapport INSAG sont en accord avec ceux qui sont indiqués dans le document CCSN-2, mais sont moins généraux dans la mesure où ils ne s'appliquent qu'aux centrales nucléaires»*, et

- *«Les principes de sûreté du rapport INSAG sont, en général, en accord avec les exigences indiquées dans le rapport CCSN-4, mais insistent davantage sur la «culture de la sûreté» [et] s'attachent peu aux effluents des réacteurs nucléaires, à la gestion des déchets ou au déclassement».*

Le INSAG-3 précise en outre ce qui suit, sans formuler de commentaires ni porter de jugement :

> *«Deux méthodes complémentaires, l'une déterministe et l'autre probabiliste, sont actuellement utilisées [pour juger du respect des objectifs de sûreté]. Ces méthodes sont employées simultanément pour évaluer et améliorer la sûreté de la conception et de l'exploitation»*

Par ailleurs, l'annexe IV [10] du rapport de 1988 sur la sûreté des centrales nucléaires de l'Ontario présente un énoncé de Robertson et Hurst sur ce que ces derniers croient être l'approche canadienne en matière de sûreté nucléaire. Ce document tente de mettre en lumière les plus importants objectifs, principes et exigences qui ont été adoptés pour assurer la sûreté des réacteurs de puissance au Canada.

La brochure "Exploitation des réacteurs de recherche et des assemblages critiques", qui a été publiée en 1984 par l'AIEA (Collection sécurité n° 35 [11]), fait référence expressément aux réacteurs de recherche; elle a été préparée par un autre groupe international de spécialistes.

Toutes ces recommandations nationales et internationales en matière de sûreté nucléaire sont fondées sur le système de limitation des doses dues à une exposition à des rayonnements ionisants, système recommandé par la Commission

internationale de protection radiologique (CIPR) dans sa publication CIPR-26 [12]. Les recommandations de la CIPR, reprises à la section 4, ont été sanctionnées et adoptées par la plupart des organismes nationaux responsables de la réglementation nucléaire, y compris par la Commission de contrôle de l'énergie atomique du Canada (CCEA).

## 4. OBJECTIFS, PRINCIPES ET EXIGENCES DE SÛRETÉ

La présente section examine dans quelle mesure la documentation existante, pour toutes les installations nucléaires (sous-section 4.1) et pour les réacteurs nucléaires (sous-section 4.2), s'applique aux mini-réacteurs. Les révisions mineures jugées nécessaires sont regroupées à la sous-section 4.3, alors que la sous-section 4.4 traite des principales questions de fond.

### 4.1 Ensemble des installations nucléaires

L'approche canadienne gouvernant la réglementation de la sûreté des installations nucléaires repose sur trois recommandations principales de la CIPR (publication CIPR-26), à savoir :

«*(a) aucune pratique ne doit être adoptée à moins que son introduction ne produise un bénéfice net positif;*

*(b) toutes les expositions doivent être maintenues au niveau le plus bas que l'on pourra raisonnablement atteindre, compte tenu des facteurs économiques et sociaux (principe ALARA);*

*(c) l'équivalent de dose reçu par les individus ne doit pas dépasser les limites recommandées par la Commission dans les circonstances en question*».

La première de ces recommandations repose essentiellement sur un jugement de valeur qui doit être posé par la société, par l'entremise de ses représentants élus, et non par l'organisme de réglementation. Dans le cas des réacteurs nucléaires de grande puissance, cette responsabilité incombe aux sociétés publiques d'électricité qui, avant de demander un permis, doivent en faire la preuve, avec ou sans l'appui explicite des autorités provinciales. En ce qui concerne les mini-réacteurs, la responsabilité de l'organisme de réglementation devrait se limiter à s'assurer que le projet a reçu toutes les autorisations requises par les administrations ayant autorité dans la région où sera exploité le réacteur.

Le CCSN, dans son rapport CCSN-2, formule les recommandations générales suivantes qui s'appliquent à toutes les installations nucléaires :

«*1. Les activités nucléaires ne devraient pas présenter de risque inacceptable pour les travailleurs visés ou le public.*

2. *Dans le cas des dangers dus aux rayonnements ionisants,*

   a) *il convient d'éviter tous les effets nuisibles précoces et de minimiser, conformément au principe ALARA, le risque des effets différés, comme l'apparition subséquente de cas de cancer ou de déficiences héréditaires;*

   b) *la probabilité de défectuosités possibles pouvant entraîner la fuite de matières radioactives ou l'exposition de personnes aux rayonnements ionisants devrait être limitée à des valeurs faibles décroissant à mesure que la gravité des conséquences possibles s'accroît, de sorte que la probabilité d'accidents catastrophiques est virtuellement nulle.*

3. *Dans le cas des dangers non radiologiques :*

   a) *le risque pour les travailleurs et le public attribuable à une opération ou à une pratique normale de l'activité nucléaire devrait être égal ou inférieur à celui que présentent les industries ou activités comparables à ce point de vue;*

   b) *la probabilité et les conséquences éventuelles de défectuosités possibles pouvant nuire aux travailleurs ou au public devraient être aussi faibles que possible.*

4. *Il convient de tenir compte, pour toute génération future, du risque associé à chaque activité nucléaire et accorder à la minimisation de ce risque une priorité qui ne soit pas moindre que celle accordée au risque de la génération actuelle.*

Toutes ces recommandations générales, autant celles de la CIPR que celles du CCSN, sont applicables aux mini-réacteurs.

### 4.2 Réacteurs nucléaires

Le CCSN a examiné en détail les objectifs, principes et exigences applicables aux réacteurs nucléaires de puissance, qui ont été définis par l'AIEA dans le rapport INSAG-3, par le CCSN dans le CCSN-4 et par le ONSR dans l'annexe IV de son rapport, ainsi que ceux qui sont applicables aux réacteurs de recherche énoncés dans la publication n° 35 de la Collection sécurité de l'AIEA, afin de déterminer s'ils pouvaient également s'appliquer aux mini-réacteurs.

La principale conclusion qui ressort de cet examen est la très grande uniformité de ces documents. Cette constatation, qui avait déjà été soulignée par le CCSN dans son étude du rapport INSAG-3 [9], témoigne du haut degré de concordance qui existe entre les objectifs, les principes et les exigences généraux relatifs à la sûreté des réacteurs.

L'autre conclusion qui se dégage de cette étude est que la plupart des recommandations formulées dans les quatre documents de référence peuvent s'appliquer sans modification aux mini-réacteurs. Par ailleurs, pour qu'un plus grand nombre de recommandations puissent s'appliquer, il suffit de remplacer "centrale nucléaire", ou l'équivalent, par "mini-réacteur".

### 4.3 Révisions mineures et commentaires

Dans son rapport CCSN-4 [7], le CCSN recommande comme cible que la dose d'irradiation à laquelle est exposé un membre du public ne dépasse pas un pour cent de la limite prescrite. Dans la section de ce rapport réservée aux commentaires, le CCSN précise que cet objectif vise à satisfaire, d'une manière rudimentaire, le principe ALARA (niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu des facteurs économiques et sociaux) de la CIPR, en l'absence de toute analyse coûts-avantages approfondie. Le CCSN ajoute un peu plus loin ce qui suit :

> *«Si le principe ALARA est appliqué consciencieusement dans la conception et dans l'exploitation de la centrale, des limites plus élevées que la cible susmentionnée pourraient être acceptables».*

Le CCSN recommande de maintenir pour les mini-réacteurs cette réserve quant au niveau-cible d'un pour cent.

Par ailleurs, le CCSN souscrit fortement au principe de défense en profondeur pour toutes les installations nucléaires, mais il précise que la signification de cette notion diffère sensiblement selon l'ouvrage cité. Le CCSN préfère la définition qui figure dans l'annexe IV du rapport du ONSR [10]; ainsi, les définitions indiquées dans les autres documents représenteraient plutôt des exemples du principe qui pourrait être adopté, mais elles ne constitueraient pas des exigences formelles :

> (traduction libre)
> *«L'essence même de ce principe consiste à prévoir toute défaillance d'un composant important pour la sûreté par la mise en place d'un système de secours devant neutraliser les effets d'une défaillance.»*

A titre d'exemple d'application du principe de défense en profondeur, l'annexe IV du rapport du ONSR fait référence à cinq barrières propres aux réacteurs CANDU pour empêcher la libération de substances radioactives. Le principe nécessite toutefois la mise en place de barrières multiples et non de barrières particulières.

Dans le cas des mini-réacteurs mobiles, les principes relatifs au choix des sites devraient être interprétés comme des critères visant à déterminer non pas le choix d'un site permanent, mais plutôt les endroits où le navire peut se déplacer et s'amarrer avec le réacteur en service.

Le CCSN estime en outre qu'un des principes de conception énoncés dans le rapport INSAG-3 [8], en vertu duquel tout nouveau dispositif doit faire l'objet de recherches et d'essais exhaustifs, est particulièrement pertinent dans le cas des mini-réacteurs.

Un autre principe de conception énoncé dans le même document [8], exige la provision de systèmes de sûreté automatiques «*pour arrêter de manière sûre le réacteur, le maintenir refroidi et limiter tout rejet de produits de fission..., si les conditions d'exploitation devaient dépasser des valeurs prédéterminées*» en dépit de la haute qualité de la conception et de la construction, et de toutes caractéristiques autorégulatrices de la centrale. Le CCSN recommande l'adoption de ce principe aussi pour les mini-réacteurs, mais souligne que la juste considération des caractéristiques de sûreté inhérentes quelconques du mini-réacteur peut réduire ou éliminer la nécessité pour un système de sûreté automatique particulier.

De même, les principes énoncés dans le rapport CCSN-4 [7] font référence à des dispositifs de protection et à des systèmes de confinement distincts. En rétrospective, toutefois, cette exigence, qui découle du rapport de Laurence [4], semble être davantage un moyen acceptable de satisfaire aux objectifs en matière de risques qu'un objectif ou un principe en soi. Au moment d'élaborer les exigences applicables aux mini-réacteurs, il serait bon de noter que celles qui sont applicables aux réacteurs de grande puissance ne découlent pas logiquement de ces objectifs. Des exigences déterministes ont d'abord été établies pour définir la conception générale, puis des exigences probabilistes ont été établies relativement au fonctionnement des divers systèmes, de manière à satisfaire aux objectifs. Aucune raison fondamentale ne justifie l'adoption du même procédé pour les mini-réacteurs. Par le fait même, aucune raison fondamentale ne justifie la nécessité de prévoir des «dispositifs de protection» ou des «dispositifs de confinement», dans le sens où ceux-ci sont prévus pour les réacteurs de grande puissance.

Par ailleurs, les rapports CCSN-4 [7] et INSAG-3 [8] exigent tous deux la désignation de deux endroits physiquement distincts d'où on pourrait arrêter et surveiller le réacteur. Bien que cette clause soit formulée davantage comme une exigence arbitraire que comme un objectif, le CCSN estime prudent de prévoir un lieu physiquement indépendant de la salle de commande, d'où on pourrait provoquer l'arrêt du réacteur et surveiller le processus d'arrêt.

Enfin, l'annexe IV du rapport du ONSR [10] exige une conception "à autoprotection" chaque fois que cela est possible. Dans certains types de mini-réacteurs, cela pourrait se faire par l'intégration de dispositifs ou de fonctions de sûreté passifs, même si ces derniers ne peuvent être qualifiés de systèmes de sûreté distincts.

### 4.4 Questions de fond

#### 4.4.1 Système d'arrêt

Le rapport INSAG-3 de l'AIEA [8] inclut un principe normatif qui, appliqué littéralement, exige la mise en place d'un système d'arrêt indépendant et

l'adoption d'une exigence visant la mise en place de deux systèmes d'arrêt indépendants l'un de l'autre et indépendants des systèmes d'exploitation normale. Un des objectifs qui sous-tend cette exigence est, bien sûr, d'éviter que la réactivité n'augmente hors de contrôle et n'atteigne des niveaux dangereux. Cependant, si le demandeur est en mesure de convaincre l'organisme de réglementation que toute augmentation de réactivité à un niveau dangereux est physiquement impossible dans un modèle particulier de mini-réacteur, un système d'arrêt indépendant pourrait alors ne pas s'avérer nécessaire. Il se pourrait toutefois qu'un autre objectif de ce principe soit de parer à toute éventualité. Aussi le CCSN est-il d'avis qu'il faut maintenir l'exigence visant la mise en place d'un système d'arrêt indépendant des systèmes d'exploitation normale.

### 4.4.2 Circuit de refroidissement d'urgence du coeur

Le même document prévoit également la mise en place d'un système de refroidissement d'urgence du coeur dans les réacteurs de grande puissance, lequel système serait basé sur un dispositif de refroidissement forcé pour maintenir la température du combustible en deçà des limites sécuritaires. Cependant, si la conception du mini-réacteur est fondée uniquement sur la convection naturelle, il n'est alors pas nécessaire, même en cas d'accidents, de prévoir un autre système de refroidissement. Il y a lieu toutefois de prendre des dispositions en cas de perte d'intégrité de l'enveloppe du système de refroidissement primaire.

### 4.4.3 Confinement

Tout mini-réacteur devra vraisemblablement être contenu à l'intérieur d'une enceinte quelconque, ne serait-ce que pour le protéger des intempéries et éviter que le public n'y ait accès. Dans le cas des réacteurs de puissance, l'"enceinte de confinement" est considérée comme une des principales barrières pour empêcher la fuite de substances radioactives dans l'environnement en cas d'accident. Le CCSN estime toutefois qu'il n'est nullement justifié d'exiger, pour les mini-réacteurs, des systèmes de confinement similaires à ceux requis pour les réacteurs de puissance actuels. Le rapport INSAG-3 est celui qui décrit le mieux le principe qui sous-tend cette exigence en matière de confinement :

> *«La centrale est étudiée pour pouvoir retenir la presque totalité des substances radioactives qui pourraient s'échapper du combustible, pour toute la gamme des accidents prise en compte dans la conception».*

Toute forme de confinement jugée appropriée constitue un des moyens de satisfaire à ce principe.

### 4.4.4 Systèmes spéciaux de sûreté

Plusieurs éléments mentionnés dans la section de ce même document traitant de la conception font référence à des exigences relatives à des systèmes spéciaux de sûreté, y compris un système de confinement, avec des caractéristiques particulières; il en va de même de l'annexe IV du rapport du ONSR [10]. Ces exigences, de nature normative, correspondent étroitement à celles applicables à la conception réelle des réacteurs CANDU. Le CCSN estime que ces exigences ne s'appliquent aux mini-réacteurs que si ces systèmes sont inclus dans la

conception des mini-réacteurs; cependant, il ne considère pas que l'inclusion de tels systèmes dans la conception est nécessairement obligatoire.

De même, le rapport CCSN-4 prévoit des inspections et des essais périodiques pour «tous les systèmes spéciaux de sûreté et tous les composants relatifs à la sûreté»; cette exigence vaut également pour les mini-réacteurs. Cependant, cela ne signifie pas que de tels systèmes sont obligatoires ou que des restrictions visent leur conception.

4.4.5 **Approche générale**

De façon générale, le rapport CCSN-4 [7], qui a été rédigé après l'établissement de la conception générale des réacteurs CANDU, inclut des exigences normatives qui s'appliquent à des systèmes et des composants précis, notamment les systèmes d'arrêt, de refroidissement d'urgence du coeur du réacteur et de confinement. Pour l'élaboration des objectifs, principes et exigences qui s'appliqueront à des mini-réacteurs dont la conception est à venir, il est proposé que l'approche de base devrait être non normative, en vertu de laquelle le demandeur pourrait utiliser n'importe quel moyen pour satisfaire aux objectifs et principes établis, à la condition toutefois que l'organisme de réglementation soit convaincu du respect de ces principes et objectifs. Une évaluation probabiliste de la sûreté serait la méthode préconisée d'y arriver. Il serait acceptable de procéder à une évaluation probabiliste générique, c'est-à-dire qui ne s'appliquerait pas à un site précis, pour chaque catégorie de mini-réacteur.

Les critères d'application de l'évaluation probabiliste de la sûreté devraient être fondés sur cinq principes ou doctrines, tous tirés du rapport CCSN-4 :

- Durant l'exploitation normale, la dose maximale admissible pour une personne doit correspondre à celle prescrite par l'organisme de réglementation pour toute installation nucléaire.

- Durant l'exploitation normale, toutes les expositions doivent être maintenues au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu des facteurs économiques et sociaux (principe ALARA).

- Le risque total associé à l'ensemble des accidents ne doit pas excéder de façon significative celui associé à l'exploitation normale d'un réacteur autorisé à fonctionner à la limite réglementaire.

- Il n'est pas nécessaire de tenir compte des séquences d'accident d'un niveau de probabilité inférieur au seuil d'intervention.

- Les risques autorisés pour des séquences d'accidents comportant de graves conséquences mais d'un niveau de probabilité supérieur au seuil d'intervention doivent être plus faibles que ceux associés aux séquences d'accidents comportant des conséquences moins graves (aversion pour le risque).

Pour l'analyse des accidents, il est nécessaire de fixer les risques admissibles maximaux associés à des scénarios comportant des conséquences précises, comme

cela a été fait pour les réacteurs de puissance dans le rapport CCSN-4. Pour la définition des critères applicables aux mini-réacteurs, on ne dispose donc, en pratique, que de très peu de latitude. Si l'on accepte les principes de la CIPR concernant l'exploitation normale, ainsi que les principes du rapport CCSN-4 selon lesquels le risque total associé à l'ensemble des accidents ne doit pas être nettement supérieur à celui associé à l'exploitation normale, et selon lesquels il n'est pas nécessaire de tenir compte des séquences d'accidents dont le niveau de probabilité est inférieur à un seuil d'intervention, la courbe de la probabilité en fonction de la dose devient alors en grande partie déterminée. On peut ajouter à cela la perception que le public préfère éviter les risques et la courbe établie selon une échelle linéaire devient alors concave vers le bas. Reste à savoir s'il faut définir les variations de dose ou les séquences d'accidents particulières. La préférence pour une approche non normative favorise le premier des deux, lequel est sans doute la seule ligne de conduite applicable à des mini-réacteurs dont la conception demeure encore inconnue.

## 5. GROUPE DE TRAVAIL MIXTE SUR LES CRITÈRES DES PETITS RÉACTEURS (CPR)

En 1988, le groupe de travail sur les critères de sûreté des petits réacteurs a publié un rapport [1] traitant des initiatives récentes entreprises en vue de définir les critères de sûreté des petits réacteurs. On y fait mention de publications pertinentes de l'AIEA qui portent à la fois sur les réacteurs de recherche [1] et sur les réacteurs de puissance [8].

Le groupe de travail CPR a déclaré dans l'introduction de son rapport que les critères des réacteurs de puissance

> (traduction libre)
> *«ne conviennent pas aux petits réacteurs de faible puissance. Les stocks de produits de fission dans le combustible irradié sont beaucoup plus faibles dans les petits réacteurs, l'énergie emmagasinée dans le combustible et le caloporteur est beaucoup moindre, l'utilisation du réacteur est différente, les événements susceptibles de provoquer des accidents sont moins nombreux et les conséquences de ces accidents sont en général moins graves que dans le cas des réacteurs de puissance.»*

Le rapport du groupe de travail CPR ne précise pas pourquoi ces différences quantitatives rendraient inadéquats les principes mis au point pour les réacteurs de puissance, par exemple, dans le rapport INSAG-3. Les auteurs ont déclaré, dans une communication privée, que la deuxième phrase de la citation précédente

> (traduction libre)
> *«n'est pas la raison pour laquelle ces principes sont inadéquats, mais plutôt une sorte d'observation sur la nature des petits réacteurs.»*

Ils poursuivent :

> (traduction libre)
> *«Notre groupe de travail ne rejette pas le document INSAG-3, puisque nous l'avons utilisé comme fondement de notre section sur l'approche et comme base de nos principes fondamentaux. Nous croyons, toutefois, qu'il est*

*incomplet et, du point de vue des niveaux de critères, lacunaire dans certains secteurs précis touchant les petits réacteurs. Malheureusement, le CCSN n'a pas encore pris connaissance de nos versions de ces critères détaillés. Le groupe croit aussi que l'organisation du document INSAG-3 est trop difficile à suivre. Il ne s'agit que d'un document transitoire qui n'a pas encore été accepté définitivement».*

*«Notre groupe a pour but d'établir des guides d'application particuliers pour les petits réacteurs. C'est à ce niveau que les différences avec les critères des réacteurs de puissance deviendront plus évidentes. Pour bien comprendre ces guides, il faut un document qui explique l'approche complète de la sûreté des petits réacteurs. Il va sans dire que la majeure partie de l'approche générale de sûreté sera la même que celle des réacteurs de puissance».*

*«Pour la raison susmentionnée et d'autres raisons, le groupe CPR a décidé de ne pas adopter le document INSAG-3 dans son état actuel, mais de l'utiliser comme fondement pour élaborer et mettre au point notre propre document sur le sujet.»*

Le groupe de travail CPR a proposé [1] de définir des critères adaptés aux conditions canadiennes, selon un cadre logique très similaire à celui d'INSAG-3. Un document de premier niveau définirait

(traduction libre)
*«une approche de sûreté qui serait fondée sur des objectifs premiers et des principes de sûreté sous-jacents»*

et un document de deuxième niveau définirait

(traduction libre)
*«les critères relatifs à des applications particulières à des réacteurs, par exemple en matière de réglementation et de conception».*

À ce stade, les objectifs et les principes étaient généraux et comparables à ceux qui sont énoncés dans d'autres documents que nous avons mentionnés précédemment; on y trouve, entre autres, un objectif de radioprotection et un principe de défense en profondeur.

Ces buts ont été définis un peu plus en détail dans un mémoire subséquent [14], dont l'ébauche avait été examinée conjointement par le groupe de travail et le CCSN. Ce mémoire, qui devait être soumis à l'examen de pairs, a représenté la version préliminaire d'un document de premier niveau traitant exclusivement des réacteurs thermiques, de type piscine, sis sur la terre ferme. Dans ce mémoire, l'approche de sûreté du groupe de travail (voir figure 1) reposait sur :

- un objectif de sûreté de base;
- trois sous-objectifs, chacun muni de ses critères d'évaluation;
- douze principes fondamentaux de sûreté, répartis en deux séries.

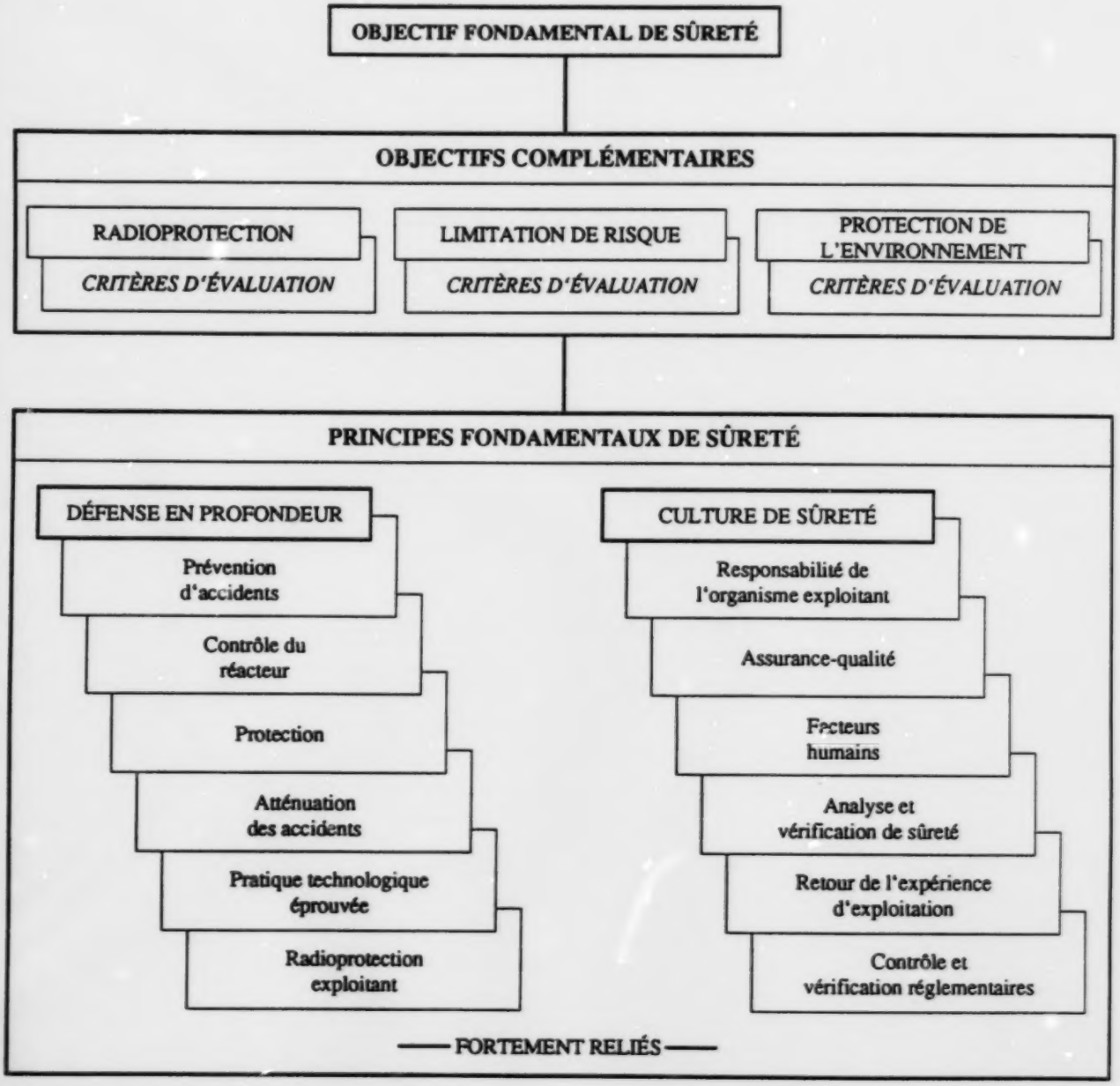


Figure 1. PHILOSOPHIE DE SÛRETÉ [14]

Le CCSN estime que le document est présenté selon un cadre logique et il souscrit à chacun des objectifs et des principes qui y sont énoncés, sous réserve seulement de quelques commentaires. Le CCSN appuie par ailleurs l'inclusion d'un sous-objectif précis pour la protection de l'environnement. (La protection de l'environnement est incluse dans l'objectif général de sûreté nucléaire du document INSAG-3, mais elle ne fait pas l'objet d'un sous-objectif distinct.)

Les principes fondamentaux de sûreté établis par le groupe de travail regroupent tous les principes fondamentaux de gestion, les principes de défense en profondeur et les principes techniques généraux du document INSAG-3; les deux sources considèrent en outre la défense en profondeur et la culture de sûreté (principes fondamentaux de gestion dans le document INSAG-3) comme étant les plus importants. Le document INSAG-3 les traite toutefois comme deux principes distincts parmi d'autres, tout en accordant une importance spéciale à la défense en profondeur, alors que le groupe de travail les considère comme deux rubriques entre lesquelles sont répartis les autres principes. De plus, le groupe de travail CPR inclut deux autres principes sous la rubrique *Défense en profondeur*, soit le *Contrôle des réacteurs* et la *Radioprotection en conditions d'exploitation*.

Le CCSN reconnaît la valeur des raisonnements sur lesquels s'est fondé le groupe de travail CPR pour regrouper les principes de la façon qu'il l'a fait. Toutefois, vu qu'il existe des différences minimes avec les objectifs et les principes énoncés dans le document INSAG-3, le CCSN préférerait que les principes et objectifs applicables aux mini-réacteurs suivent le plus possible la structure choisie dans le document INSAG-3. Une telle approche favoriserait en effet l'uniformisation internationale en plus de faciliter la tâche des personnes qui connaissent déjà les objectifs et principes touchant les réacteurs de puissance.

Le rapport du groupe de travail CPR précise que les critères proposés

> (traduction libre)
> *«sont, dans l'ensemble, déterministes, bien que des critères probabilistes soient également proposés comme cibles»;*

et plus loin :

> (traduction libre)
> *«Les critères d'évaluation numérique qui ont finalement été adoptés sont axés sur la fréquence et les conséquences des événements, car ils sont plus faciles à appliquer que des critères fondés sur la somme des risques.»*

Nonobstant les différences dans l'approche choisie, le CCSN n'y voit pas de contradiction majeure avec ses propres recommandations qui préconisent une approche généralement non normative, qui serait mise en oeuvre par une évaluation probabiliste de la sûreté sujette à des exigences normatives précises. Il note toutefois que la formulation des critères par le groupe de travail CPR comprend des mots tels que «acceptable» et «réalisable» sans que ces mots soient clairement définis. Le CCSN estime que les critères doivent, dans la mesure du possible, être définis à partir de principes explicites proposés dans le présent rapport.

Le groupe de travail CPR a exprimé son intention d'entreprendre la formulation du deuxième niveau pour les applications particulières. Afin d'éviter toute répétition inutile et toute confusion par la présentation de recommandations indépendantes et peut-être contradictoires, le CCSN a décidé de ne pas élaborer sa propre série d'objectifs, de principes et d'exigences pour les mini-réacteurs, du moins pour le moment. Il a plutôt décidé de commenter la proposition du groupe de travail CPR pour les petits réacteurs thermiques, de type piscine, sis sur la terre ferme, à l'occasion de l'examen par les pairs. Le CCSN décidera alors d'appuyer les recommandations du groupe de travail CPR, avec ou sans commentaires, ou de formuler ses propres recommandations. Le CCSN en profitera peut-être aussi pour examiner au besoin toute correction qui s'avérerait nécessaire pour élargir la portée des recommandations du groupe de travail CPR à tous les mini-réacteurs mentionnés à la section 1 du présent rapport.

## 6. CONCLUSIONS

Le CCSN a passé en revue les publications canadiennes et internationales faisant état des objectifs, des principes et des exigences relatifs à la sûreté des installations nucléaires en général et plus particulièrement des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche, afin d'en déterminer la pertinence pour les mini-réacteurs. La plupart des recommandations individuelles, sous réserve parfois de légères modifications du libellé, peuvent s'appliquer aux mini-réacteurs. Toutefois, certaines exigences normatives concernant les systèmes d'arrêt, de refroidissement d'urgence du coeur du réacteur et de confinement ne conviennent pas aux mini-réacteurs.

A la lumière de son examen, le CCSN recommande que les objectifs, les principes et les exigences relatifs à la sûreté nucléaire des mini-réacteurs soient fondés sur les publications actuelles, auxquelles ne seraient apportées que des modifications relativement mineures.

Le CCSN favorise en outre une approche de nature généralement non normative, en vertu de laquelle le demandeur d'un permis d'exploitation d'un mini-réacteur serait libre de proposer n'importe quel moyen pour satisfaire aux objectifs fondamentaux; il lui faudrait toutefois convaincre l'organisme de réglementation que ces objectifs seront atteints. Pour ce faire, le CCSN préconise une évaluation probabiliste de la sûreté. Il serait acceptable de procéder à une évaluation probabiliste générique pour tous les mini-réacteurs de même conception.

La publication n° 26 de la CIPR, ainsi que le rapport CCSN-2 du CCSN, s'appliquent à toutes les installations nucléaires et valent également pour les mini-réacteurs.

La publication INSAG-3 de l'AIEA, le rapport CCSN-4 et l'annexe IV du rapport sur la sûreté des centrales nucléaires de l'Ontario (ONSR) ont tous trois été préparés en fonction uniquement des réacteurs de puissance; ils peuvent toutefois être appliqués également aux mini-réacteurs, sous réserve de certaines modifications définies explicitement dans le présent rapport.

Nonobstant l'approche non normative préconisée par le CCNS, ce dernier estime qu'il serait prudent d'exiger la mise en place d'au moins un système d'arrêt indépendant et de deux endroits physiquement indépendants d'où le réacteur pourrait être arrêté et surveillé; il faudrait également exiger, à moins que des arguments convaincants dans le sens contraire ne puissent être présentés, des dispositions en cas de perte d'intégrité présumée de l'enveloppe du système primaire de refroidissement.

Enfin, le CCSN souscrit de façon générale aux objectifs et aux principes fondamentaux proposés par le groupe de travail mixte sur les critères de sûreté pour petits réacteurs. Il recommande toutefois que le groupe de travail adopte le même cadre logique que celui du rapport INSAG-3 de l'AIEA, afin d'encourager et de faciliter l'uniformisation à l'échelle internationale. Le CCSN a l'intention d'examiner et de commenter les documents sur les applications particulières qui seront préparés par ce groupe de travail.

**Références**


1. French, P.M., Ernst, P.C., Axford, D.J., Snell, V.G. "Recent Initiatives at the IAEA and within Canada to Develop Small Reactor Safety Criteria", Proceedings Canadian Nuclear Society, 1988.

2. Atchison, R.J., Boyd, F.C., Domaratzki, Z., "The Canadian Approach To Nuclear Power Safety", Nuclear Safety, vol. 24, n° 4, 1983, juillet-août. (CCEA INFO-0104)

3. Siddall, E. (préface par W.B. Lewis), "Reactor Safety Standards And Their Attainment", Rapport EACL-498, septembre 1957.

4. Laurence, G.C., "Reactor Siting in Canada", rapport EACL-1375, octobre 1961.

5. Ontario Hydro, "Darlington Probabilistic Safety Evaluation", décembre 1987.

6. Comité consultatif de la sûreté nucléaire. "Objectifs de sûreté relatifs aux activités nucléaires au Canada". Rapport CCSN-2, avril 1982. (CCEA INFO-0055)

7. Comité consultatif de la sûreté nucléaire. "Exigences générales de sûreté recommandées pour les centrales nucléaires". Rapport CCSN-4, juin 1983 (CCEA INFO-0116)

8. Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire, «Principes fondamentaux de sûreté pour les centrales nucléaires» Agence internationale de l'énergie atomique, Collection sécurité n° 75-INSAG-3, janvier 1990.

9. Comité consultatif de la sûreté nucléaire, "Évaluation du rapport 75-INSAG-3 de la Collection sécurité de l'AIEA "Basic Principles for Nuclear Power Plants"", Rapport CCSN-16, janvier 1989.

10. Robertson, J.A.L., Hurst, D.G., "The Canadian Approach to Nuclear Safety", annexe IV du Report of the Ontario Nuclear Safety Review, Commissaire F. Kenneth Hare, février 1988.

11. Agence internationale de l'énergie atomique, "Exploitation des réacteurs de recherche et des assemblages critiques", Collection sécurité n° 35, 1984.

12. Commission internationale de protection radiologique, "Recommandations de la Commission internationale de protection radiologique", Publication n° 26, adoptée le 17 janvier 1977 et mise à jour jusqu'à la fin de 1986.

13. Agence internationale de l'énergie atomique, "Normes fondamentales de radioprotection", Collection sécurité n° 9, 1982.

14. Ernst, P.C., French, P.M., Axford, D.J., Snell, V.G., "Development of Small Reactor Safety Criteria in Canada", mémoire présenté lors du colloque international de l'AIEA sur la sûreté, l'exploitation et la modification des réacteurs de recherche, Chalk River (Ontario), octobre 1989 (AIEA-SM-310/93).

**Remerciements**

Membres du Groupe de travail

R.E. Jervis, président

A. Biron

N.C. Lind

J.A.L. Robertson

Membres du Secrétariat

R.J. Atchison

E. Daigle (dactylographie)

Tous les membres du Comité consultatif de la sûreté nucléaire.